

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 5-018
提出年月日	2022年4月8日

VI-5-18 計算機プログラム（解析コード）の概要  
・ M A A P

2022年4月

中国電力株式会社

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

## 1. はじめに

本資料は，添付書類において使用した計算機プログラム（解析コード）Modular Accident Analysis Program(MAAP)について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

### 1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-7-3	中央制御室の居住性に関する説明書	Ver. 4
VI-1-8-1	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	Ver. 4
VI-1-8-2	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	Ver. 4

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	Modular Accident Analysis Program(MAAP)
使用目的	シビアアクシデント解析（ソースターム解析，コリウムシールド設計のための侵食量解析及び格納容器フィルタベント系による水素排出性能解析）
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI)
開発時期	1983年
使用したバージョン	Ver. 4
コードの概要	<p>本解析コードは、米国産業界が実施した Industry Degraded Core Rulemaking (IDCOR) プログラムにおいて、1980 年代の初めに米国 Fauske &amp; Associates, LLC. (FAI 社) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国 EPRI に移管され、EPRI を中心とした MAAP User's Group (MUG) のもとで保守及び改良が進められている。</p> <p>本解析コードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建物内の熱水力／核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、確率論的リスク評価やシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>本解析コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータ・コードであり、原子炉圧力容器、再循環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉格納容器における水、水蒸気、水素、FP、溶融炉心等の挙動の評価並</p>

	<p>びに格納容器フィルタベント系による水素排出評価に使用している。</p>
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p><b>【検証 (Verification)】</b> 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーズマニュアルの例題を実施して、解析解が開発元の結果を再現していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b> 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比較し、おおむね一致するため、シビアアクシデント時の発電用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥当であることを確認している。</li> <li>・ Heiss Dampf Reaktor (HDR) 炉における実機スケール水素混合実験に対する実機解析を実施し、実機データとおおむね一致するため、原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルが妥当であることを確認している。</li> <li>・ 熔融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関する Advanced Containment Experiments (ACE) 実験及び Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC) 実験を模擬した実験解析を実施し、熔融炉心の温度とコンクリート侵食深さの時間変化について、実験データとおおむね一致している結果が得られることを確認している。</li> <li>・ シビアアクシデント時の全体挙動、原子炉格納容器内の水素ガスの挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用による水素発生の妥当性を確認しているため、本解析コードは水素濃度評価へ適用できる。</li> <li>・ 米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析結果の比較を行い、NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等であることを確認しているため、本解析コードはソースターム評価へ適用できる。</li> </ul>